

平成 28 年 3 月 9 日付
被告準備書面(12)に対する意見書

平成 28 年 4 月 21 日

東京都足立区

佐藤 暁



平成 28 年 3 月 9 日付被告準備書面(12)の 74(とりわけ 78 頁～101 頁)記載の「『過酷事故対策の不備』について」に対する意見

以下、ア項からコ項までの全 10 項についての裁判所の質問に対する被告の回答(以下「被告の主張」という)に対する意見を示すに先立ち、若干の基本的、共通的な事項について説明しておきたい。

まず、筆者の指摘する「不備」の性質は、筆者の職業上の習慣的なものである。原子炉設備においてある事象が発生し、それが引き金となって炉心損傷事故に至る確率のことを、「条件的炉心損傷確率(CCDP Conditional Core Damage Probability)」と呼ぶ。たとえば原子炉冷却材圧力バウンダリに属するある配管が破断し、小規模な冷却材喪失事故(LOCA)が発生したと仮定する。深刻な事態ではあるが、そのような事象は設計基準事故の一つとして考慮済みであり、大抵の場合は炉心損傷事故へと発展することなく無事に事態を収束できる可能性が高い。しかし、そのような事態であれ、たとえば 2,000 回に1回は、他の問題の併発やヒューマンエラーなどによって炉心損傷事故へと発展するかもしれない。その場合には、CCDP=0.0005 と表現されることになる。

米国では、CCDP=0.001(1000 分の 1)以上の事象を重大(Significant)事象と呼んでおり、1969 年以降今日まで 34 件発生している。最悪は、周知の通り、1979 年 3 月 28 日に発生したスリーマイルアイランド(TMI) 2 号機の事故である(CCDP=1)。米国原子力規制委員会(NRC)は、そのような事象を発生させた事業者に対しては、背景や原因究明のため、かなり念入りの査察を実施する。米国のメディアには、そのような CCDP=0.001(0.1%)を超えるような事象を、炉心損傷事故への「ニアミス」と呼ぶところもある。筆者が保守性や安全性が不十分であるとか、対策に不備があると述べるのは、必ずしも数値的な根拠を伴うものではないにしろ、このような感覚に基づくものである。

次に、被告は、筆者が SOARCA(State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses)の内容をしばしば引用することについて「恣意的」と述べ、不快感があるようであるが、その真意を説明しておきたい。SOARCA は、被告も理解しているとおり 2012 年 1 月に初版が、2013 年 5 月にその改訂版が発行されている。その間、我が国の電力事業者も少なからず参考にした諸々の可搬式設備による過酷事故対応(FLEX と称されている)も整備されているのであるが、その事実にもかかわらず、SOARCA における過酷事故の進展解析は、FLEX が有効である場合だけでなく、FLEX が活用できない場合に対しても行なっている。この態度は、筆者が強く我が国の電力事業者にも取り入れて欲しいと望むものである。なぜなら、福島第一原子力発電所における事故を振り返ってみると、事態は悪化の一途を辿り、国民の多くは一体どのような状態にまで転落するかを予め知ることで一定の覚悟を得ようと欲したが、当事者の東京電力はこれを示すことができず、すでに転々と避難を繰り返していた被災者を一層不安に陥れたのであり、これを反省とするならば、我が国の電力事業者においても、事故対策の奏功の場合だけでなく、それが失敗に陥った

場合に対して予め評価しておくべきだと考えるからである。対策を備えたからということで、その有効性に依存した評価のみを行ない、それに基づいた防災計画を立てるとするのは、深層防護の観点からも適切ではない。深層防護の概念は、常にその前段の防御が破られた場合を想定して構築すべきものである。

もう一つ挙げておきたい SOARCA の特徴は、これが、事故の起因事象について明記している点である。たとえば、短期全交流電源喪失(STSBO)の場合、設計基準地震動を大幅に上回る水平地震加速度0.5~1.0g(約490~980ガル)の地震が発生するものとし、これにより、所外電源、所内非常用電源を喪失すると共に、併発事象として、直流電源も失い、更にその場合の冷却手段であるタービン駆動式補助給水系(TDAFW)に対しても、このときの地震によって非常用復水貯蔵タンク(ECST)が損壊することで使用不能となる事態を仮定している。これは、別に SOARCA の作成者らの任意な仮定ではない。SOARCA では、炉心損傷頻度が1,000万炉年に1回以上である過酷事故シナリオを評価対象として選定するという決め事があり、その場合、100万炉年に1~2回の頻度で発生すると推定されるこのような巨大な地震に伴う全交流電源喪失(SBO)が考えられ、かつ、その場合には、直流電源の配電系や非常用復水貯蔵タンク(ECST)も損壊し、二次系の冷却手段を同時に失うはずであるとする仮定は、論理的である。この論理性は、我が国の原子力規制委員会が新規規制基準において定めるべきとしている過酷事故シナリオの欠落点であり、それ故に、被告を含む我が国の電力事業者らは、単に唐突なシナリオを掲げるだけで、それが何によって引き起こされ、その場合にどのような事態も同時に起こり得るかという事故の前提条件が全く考えられていない。そのために、斯様な過酷なシナリオであるにもかかわらず、その直後から極めて俊敏な行動を以て、可搬式設備を駆使した対策が遂行されていくことを仮定している。結局、仮定するシナリオ自体は過酷ではあるのだが架空である。この問題は、我が国の電力事業者も全く気付いていないはずはないと筆者は思う。SOARCAに見出される論理性は、これに触れるものであったらと思う。

SOARCA は、米国の沸騰水型原子炉(BWR)と加圧水型原子炉(PWR)のそれぞれの代表プラントとしてピーチ・ボトム原子力発電所とサリー原子力発電所を選び、それぞれに対する評価結果を分冊1(Volume 1)、分冊2(Volume 2)として編集している。このうち後者は、ウェスチングハウス設計による3ループ式PWRに対してであり、当該の炉型が伊方原子力発電所3号炉と同じであることから、筆者は所々においてそれらに対する事故解析の仮定や結果の比較を試み、有意な違いを指摘した。被告は、これを筆者の我田引水的な引用と感じ「恣意的」と評したものと思われるが、筆者が我が国の原子力規制委員会と電力事業者に汲んで欲しいと願っていたのは、そのような個々のパラメータの差異についてよりも、むしろ如上の二点である。すなわち、一つ目には対策はするがそれが奏功しない場合の事故評価も行なうべきであること、二つ目には過酷事故シナリオに対し論理的な起因事象と併発事象を考慮すべきであること。ただし、個々のパラメータの差異についても、その理由について考察して欲しいと考えている点がある。安全評価において、「保守性」と「現実性」のバランスは、常に議論になる問題である。一般に、安全評価においては現実性よりも保守性が優先される。しかしその場合、過度な保守性のために著しく厳しい評価結果

が得られ困惑させられることがある。そして、その克服のために本来不必要かもしれない著しい経済的負担が強られるような場合に、保守性から現実性への緩和が考慮されるのである。筆者の感ずるところ、我が国においては、保守的であることがしばしば非現実的であると言われ、現実的であることがより科学的であると言われ、結果的に保守性が過剰に侵食されている傾向がある。その好例が、本来の超過頻度が 10,000 炉年に 1 回未満であるべき設計基準地震動を我が国においては 2005 年以降 5 回も超過している事実となって表れている。被告が、自らの解析や評価を合理的で根拠のあるものであると主張するとき、筆者は常にそれを全面的に否定するわけではない。しかし、前述の $CCDP=0.001$ を気にする筆者としては、そのときの保守性に納得できない場合がしばしばある。そのようなとき SOARCA は有用な文献となるのである。できれば被告においても、筆者の引用を「恣意的」と難ずるより、むしろ積極的な活用を望むものである。

被告が、原告らの主張に対し、「したがって、本件 3 号炉において、上記の安全確保対策(事故防止に係る安全確保対策)が機能せず重大事故等に至る具体的危険性はない。」(76 頁 4 行目～)と断じていることに対しては、筆者は驚きを禁じ得ない。比較として、米国の PWR の一基であるデビス・ベッセ(Davis-Besse)の運転事業者が 2015 年 12 月に米国原子力規制委員会(NRC)宛てに提出した認可証変更申請書を見てみると、その中には、原子炉を炉心損傷に至らしめる火災のシナリオだけで 2,354 もあることが述べられている。そこで事業者はそれらの中から具体的対応の対象とすべき「有意なシナリオ」を選定するのであるが、その際の決まり事が米国機械学会・米国原子力学会(ASME/ANS)の制定した確率論的リスク評価(PRA)のルールとしてあり、炉心損傷頻度(CDF)の積算値が全積算値の 95%を占めるまでの上位のシナリオを順番に選び、かつ各 CDF の全積算値に対する寄与率が 1%以上であるものを全て選ぶこととしている。すると、1%以上の寄与率のシナリオは 24 だけであるが、それらの積算値は 70%ほどにしか達しないため、全 CDF の 95%以上になるためには 127 番目までのシナリオを選ばなければならなくなり、このとき、88 番目以降の個々のシナリオの全積算値に対する寄与率は 0.1%になっているというのである。重大事故である炉心損傷に至らしめるシナリオは、有意なものから極めて軽微なものまで数え上げれば、上述のようなオーダーに達するものであり、実務上スクリーニングを適用しなければならないほどのものである。この具体的事例については筆者も偶々知り得たものであり、被告がこのことまで知っているとは期待しないが、少なくとも原子炉事故リスクのシナリオがこのような性質のものであることは理解していたものと推測する。したがって、被告が「具体危険性はない」と断言したことに対しては、筆者は驚きと同時に不安も感じている。それは、危険性を受入れない者、目を背ける者には、進んで安全推進を実践することができないからである。従ってこのような表記に対しては、被告が後日訂正を申し出ることを期待したい。

最後に、被告は、「対策を講じておくのが適切と考えられる有意な事象を複数選定した」と述べてはいるが、一方で、評価を省いた事故進展が幾つもあることを再度指摘しておきたい。それらの中には格納容器が閉じ込め機能を果たさなくなるバイパス事象もあり、対策の効能を著しく低下さ

せる MCCI(後述)のような現象もある。そして、被告が実施した評価においては、格納容器からの漏洩が考慮されていなかったり、放射性核種別に漏洩量が求められていなかったり、地面に対する放出レベルが与えられていなかったりといった幾つかの不完全さが見受けられる。これらの問題に伴う弊害は、実際に事故と遭遇するまでその重大さが実感されることなく、今この指摘が退けられ対応する機会が逸せられたならば、将来もそのまま放置され続ける恐れのあるものである。

ア「大口径 LOCA 後の代替格納容器スプレー」について

筆者は、被告も述べている「グレーチングを通り抜けるような形状の小さな LOCA デブリ」の具体的なものとして、格納容器内面と格納容器内部の機器に施された塗膜(無機亜鉛系の下塗り塗装とエポキシ系の上塗り塗装)、および細かく粉碎された保温材繊維(ガラス繊維、ロックウール系など)を意図していた。塗膜に関しては、LOCA デブリとしてだけでなく、炉心損傷後の高温と高レベル放射線による劣化で剥離するものも追加される可能性がある。これが、高熱を帯びた熔融デブリとの接触により分解し、可燃性の気体を発散するものと予想される。追加の分圧となり、爆発の可能性が想定されるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるほどの反応の形態と規模になるかどうかは筆者にも分からない。実際、軽微である可能性もあるだろう。しかし、電力事業者である被告はこれを保守的に評価し、検討すべきであったと筆者は考える。

保温材繊維がどのように振る舞うかは推測が難しい。熱で融けて熔融デブリの上を覆うようになれば、これが熱的絶縁体となり、被告が主張する原子炉下部キャビティ内に溜まった水による冷却を妨害することも考えられ、コンクリートのベースマットの侵食量を増加させる可能性がある。筆者は、そのような繊維性の保温材が、どれほどの量格納容器内に使用されているのか情報を有しない。しかし、被告はグレーチングで堰き止められる LOCA デブリの存在を認めており、それが繊維性の種類を含むものである場合には、スプレー水の注入量に相関して原子炉下部キャビティに持ち込まれる量も増すことになる。

以上の指摘は本来、原子力規制委員会が審査の段階ですべきであったかもしれないが、より望ましくは、電力事業者が指摘を待つことなく進んでなすべきであったと考える。「健全性に影響を与えるような反応等が生じることを示す明確な知見はない。」との被告の主張は、依然と被告がこの問題に対して解明する意欲がないことを暗示しており、筆者の満足するところではない。

イ「代替格納容器スプレー・ポンプ」について

ここでの原告らの主張の元となった筆者の意見書の趣旨は、本設の格納容器スプレー・ポンプの仕様が揚程 170m 流量 940m³/h であるのに対し、代替ポンプの仕様が揚程 140m 流量 150m³/h と大幅に低下しており、これでは本来意図した噴射パターンが得られず、目標とする放射性物質(特に放射性ヨウ素)の除去効果(DF)に達せず、加えて、そのような噴射が直径 40m もある格納容器の空間に行き渡らないことで、十分な除熱効果と圧力抑制効果が発揮されないのではないかというものであった。この部分に対する被告の主張は、格納容器破損防止対策の有効性評価において期待する効果が得られることを確認しているというもので、その意味するところに著しい曖昧さが含まれている。筆者はこの被告の回答を、本来意図した噴射パターンが得られず、十分な DF も格納容器に対する圧力抑制効果も保つことはできないが、依然格納容器を破損に至らしめない上で必要な機能を果たすという意味に解釈する。

筆者は被告による有効性評価の子細な内容についてまで知る立場にはないが、以下の点を考察し、被告が如何ほど正確な、乃至は保守的な有効性評価を実施したのかについて疑念を解消することができない。

- 代替ポンプによるスプレーの噴射速度が著しく低下することにより、格納容器内において、スプレーによって覆われないかなりの空間が発生する。果たしてスプレー水が有意な圧力損失を伴うことなくスプレー・ヘッダーの末端まで届くのかさえも疑わしく、そのようなスプレー・ノズルからの噴射がかなり弱々しいものとなることが推定される。
- 他方、原子炉圧力容器やその底部が損傷して流出する溶融デブリから発せられる熱に伴う格納容器内の対流がどのようなものとなるのかは、格納容器内のレイアウトの非対称性などにより推定が困難である。
- 以上の二点から、原子炉圧力容器やその底部が損傷して流出する溶融デブリから発せられる熱を含んだ気流が、格納容器スプレーの及ばない空間を素通りして上昇していく場合も考えられる。そのような場合には、ただでさえ少なくなったスプレー水が効率よく利用されず、格納容器の温度上昇と圧力上昇を加速させ、さらに不均一な温度分布による熱応力の発生により、格納容器の健全性が脅かされる可能性もある。

筆者はまた、格納容器スプレーを起動する前の数々の準備作業を厳しい環境下において実行し、49 分間という短時間のうちにポンプの起動を遂行することに対しても疑念を呈した。如何なる場合においても不可能であると断じるものではないが、想定される様々な併発事象との重複を考慮した場合、やはりその樂觀性に対する疑念を払拭することはできない。更に言えば、ポンプを起動し、ポンプの出口圧力と流量を確認したとしても、それがそのままスプレーとして格納容器内で噴射されているとは限らず確認手段がない。支流や破損部への漏洩が生じているかもしれない。

ウ「海水注入の有害性と未解析現象」について

海水中の塩分濃度は約 3.5%程度であり、飽和濃度はこれの 10 倍以上であるから、被告が主張するように、海水注入を継続的に行なった場合でも塩分の析出が始まるまでに約 86 時間を要するというのは、筆者も同意するところである。ただし、実は筆者の懸念したシナリオは、一旦蒸気発生器胴側の水(二次冷却水)を海水で置換したのち、何らかの原因でその後の補給が絶たれてしまった場合であり、そのときには塩分析出までの時間が 10 分の 1 以下に短縮されてしまう。そのような状況を指して「蒸発鍋」と称したものである。筆者の不十分な記述のために意味が正確に伝わらなかったのは筆者の責任である。

今改めて斯かるシナリオについて考えてみるに、海水注入が淡水注入に比して過酷事故の進展を一層悪化させる事態としては、上述の状況が更に進んで細管破断に至るような限定された場合であり、実際にはそのような事態を回避するための時間的猶予とブローダウンの対応が可能であることを鑑み、そして、被告も相対的に海水注入の好ましからぬことを認識し最終手段と位置付けていることから、被告と筆者の認識の差が著しいものではないと判断する。

エ 「アニュラス空気浄化設備」について

当該の設備は、微小な放射性粒子の成分を高い効率で捕獲する化学繊維のフィルタ(HEPA フィルタ)と、更に小さな放射性ヨウ素を吸着する活性炭フィルタによって構成されている。このうち後者については、ファン・デル・ワールス力を原理とする物理吸着剤としての活性炭の性質を利用しているため所定の乾燥度が入口条件として満足されなければならないことから前段に電熱ヒーターが備えられ、後段には一旦放射性ヨウ素を吸着した活性炭の粒子を下流に逃さないためのフィルタを備えている。そして、当該の設備は元々冷却材喪失事故に代表される設計基準事故に対応するために設けられていることから、相対湿度 100%の気流として流入してくることを条件としている。筆者は、伊方 3 号炉に設置された当該の設備について、その吸着容量が如何ほどであるのか、飽和するまでにどのようにその能力を失っていくのか、所定の乾燥度が維持できない場合にどのような劣化を示すのか、どのような成分が妨害成分となり得るのかについて知らないが、被告も同様にこれらについて十分詳細な技術的情報を有しているとは思わない。

さて、筆者はその意見書において、上述した当該設備が被告の想定している過酷事故の規模を更に上回った条件に曝露された場合として、熔融炉心とコンクリートが反応する MCCI と呼ばれる状況での能力不足の可能性を指摘した。MCCI においては、大量のコンクリート粉塵、水素、一酸化炭素、水蒸気、少量のメタンなどの放出が予測されているからである。被告はそもそも MCCI を起こり得ない事象のように扱っているが、これが起るか起らないかを隔てるのが格納容器への迅速な注水の成否であることを思慮するならば、MCCI は安易に排除されるべきではない。そしてその場合、上述した大量のコンクリート粉塵によるエアロゾルや気体成分が、HEPA フィルタと活性炭フィルタの能力を低下させる可能性を無視することはできない。

さらに言えば、LOCA デブリ(微細に粉碎された保温材繊維や塗装片)や微小な水滴(湯気)の存在も、HEPA フィルタの閉塞を促進させ、電熱ヒーターによる乾燥を不十分にすることで活性炭フィルタの吸着効率を低下させる可能性がある。そして、このように当該の設備の機能が低下することは、最終的には、外部環境に放出される放射性物質の量を増加させる原因に繋がる。

被告は、「重大事故等が発生した場合における温度条件及び湿度条件によっても微粒子フィルタ及びヨウ素フィルタの性能を維持できることを確認している」(87 頁 1 行目～)と述べてはいるが、それが上述した指摘に対応したものとなっていない。

オ「長期全交流電源喪失(LTSBO)対応」について
被告の主張を了解する。

カ「RCP シールの漏洩評価・実験」について

筆者は、被告の実施した RCP シールの漏洩評価・実験の方法が適切だったという点においては同意しないが、漏洩率 109m³/h の RCP シール LOCA への対応の用意を以て、RCP シール損傷の有無に左右されないとする見解は了解する。

筆者が、被告の実施した RCP シールの漏洩評価・実験の方法が適切でない指摘する理由は、問題とする事象において RCP シールが実際に曝露される温度条件は、出力運転時のサブクール状態(圧力 16.6MPa、温度 300°C)ではなく、原子炉停止直後に残留熱が付加されることで飽和状態(圧力 16.6MPa、温度 350°C以上)となるはずで、実験環境には後者の条件が適用されるべきだったと考えることによるものである。当該の実験では温度は重要な環境条件であり、このような著しい差は実験結果を大きく左右する可能性がある。よって、RCP シールが損傷する可能性は、実施した実験を根拠に被告が思っているよりも高い可能性が有り、それが実際に発生した場合には、自己冷却式充填ポンプに空冷式非常用発電装置から迅速に給電する作業が重要になり、その作業の成否によって炉心の著しい損傷の回避の可否が左右されることになる。被告は、漏洩率 109m³/h の場合においてもこの成功を担保に炉心の著しい損傷が回避されるとしているが、筆者はこの担保の危うさを指摘するものである。

キ「中型ポンプ+加圧ポンプの直列運転」について

筆者は、被告の計画する一次冷却系のフィードアンドブリード運転において、中型ポンプと加圧ポンプの2台を組合せて行なう直列運転を、対策として無効であると断じたわけではない。しかし、これらが恒設の設備であるならばまだしも、両ポンプが可搬式であり、2台を運搬して両者の出入口をホースなどで連結する作業は、筆者の意見として、特に緊急対応時には不要な余分の手間であり、両ポンプの合わせた機能を1台で担い得る場合に比べての短所である。また、被告の用意する2台のポンプは遠心ポンプであり、長時間の締め切り運転によってケーシング内の溜まり水の温度が上昇し蒸気バインディングと呼ばれる現象を起こすという短所もある。これらの短所の解決のため、筆者は1台のプランジャー・ポンプの採用に替えることを提案したものである。

被告は、自らの選択が理論的に成立するという理由を以て正当化しているが、省力化と運転の信頼性は、事故対応を成功させる目的において重要な条件である。筆者の提案を最善なものであると固執するつもりはないが、これも含めて複数の選択肢から最善なものを採用すべきであったと思う。また、一般的にこのような提案が社内であった場合の採否の検討においては、柔軟に意見を吸い上げる職場文化が重要である。

ク「逃し弁による減圧操作」について

被告の主張を概ね了解する。確かに被告が説明するように、一次冷却系のフィードアンドブリード運転における格納容器内の環境は、逃し弁の作動を脅かすほどの厳しいものではなく、さらに、高圧状態のまま炉心損傷に発展した場合においても加圧器が設置されている場所における環境が依然逃し弁の作動を脅かすほどの厳しさではなく、しかもいずれの場合でも1台の逃し弁の作動を確保することができれば減圧操作の目的が達せられることから、この機能を完全に失う可能性はかなり小さいものと思われる。筆者の保留点は以下であり、これらについても入念な評価が行なわれていたとするならば、被告の見解に対する反論はない。

- 全ての逃し弁の操作用直流電源を喪失させるような火災のシナリオがないこと。
- 全ての逃し弁の操作用直流電源を喪失、または操作用高圧窒素ガス供給配管の損傷を起こさせる地震、その他の機械的荷重を生じさせるような現象のシナリオがないこと。

ケ「短期全交流電源喪失(STSBO)」について

まず、本事象が諸々の可搬式設備が効果的にかつ迅速に活用できるという仮定の下で、炉心損傷事故への進展が回避できる事象であるという点については、被告と筆者との間に見解の差はないものと思われる。しかし問題はそのような仮定の妥当性である。筆者はそれに対して大いなる疑念を抱くものであり、また被告においては、そのような仮定の下での評価に加え、そのような仮定をしない場合の評価も実施すべきであると考え。被告の回答には、以下の点において誤解が見受けられる。

被告は、所内常設蓄電式直流電源設備が耐震 S クラスであることを以てその喪失が免れ得ると考えているが、ここで発生頻度として考慮すべき 100 万炉年に 1~2 回の地震は、単純に耐震 S クラスであることだけを以て喪失が免れ得ることを担保し得ないほどの規模である。また、耐久性が維持されなければならないのは、蓄電池そのものだけではなく、その配電系統全体に及ぶことになる。STSBO において仮定されるべき地震は、設計基準地震動を大幅に上回る激烈な規模となり、直流電源系統がこれを耐え抜くことができると確信する根拠はない。

たとえ直流電源を喪失したとしても、タービン駆動式補助給水ポンプ(AFWP)を現場で起動することが可能であるという被告の論点に関しては、筆者も承知しているところである。しかしこれは、数人の対応者を複数の現場に配置し、互いに連絡を取り合いながら行なわなければならない、起動後の運転においても微調整を繰り返しながらこれを維持しなければならない極めて高度なものである。この点が、他の事故対応とは異質であり、しかも実機や模擬設備での訓練には限界がある。従って、当該の対応の成功に全幅の信頼を置くことは適切ではない。

被告は、サリー発電所においても可搬式電源を用いて主要な運転パラメータを監視しながら対応することが想定されていると述べているが、正しくは、そのような想定をする場合とそのような想定をしない場合の二通りについてそれぞれ事故進展を評価している。筆者の指摘は、被告の評価がそれらのうち的一方に対してのみであることについてである。

被告は、補助給水タンクが S クラスであることを理由に十分な耐震性を確保していると述べているが、筆者は、直流電源系統に対して上に述べた同じ理由を以て、これに対する同意を保留する。ただし被告は補助給水機能の喪失を仮定し、当該タンクの機能喪失も概念的にこれに包絡されていると述べており、次段の対策を備えていることについては、筆者も適切であると考え。

MAAP コードと MELCOR コードによる解析結果の相違は、解決ができない問題である。ただし、原子炉圧力容器の下鏡が高温クリープによって一体となって崩壊するという事故進展の予想は、MELCOR コードを開発した米国エネルギー省サンディア国立研究所の実験的根拠もある最新のものであり、同コードの一利用者にすぎない我が国の原子力規制委員会の意見が影響するものではない。ここで重要なことは、崩壊の様態に二通りの可能性が存在しているという事実を等しく尊重するという事ではないかと考える。これを踏まえ MELCOR コードによる解析について注目した場合、予めキャビティ内に外部からの注水がないとき、下鏡の崩壊からキャビティ内の溜まり水が完全に蒸発するまでの予想時間は 9 分間となっている。この時点での溶融デブリからの崩壊熱は 20MW ほどと推定されることから、100m³ の水のプールが事前に出来上がっている場合

には、その蒸発までさらに数時間の猶予があることになる。しかしそもそも、大量の溶融デブリをこのようにして待ち受けるという対策の妥当性に関しては、未だ国際的なコンセンサスの形成に至っておらず、本来これを正当化するにおいては、水蒸気爆発の影響に対する評価が不可欠となる。そしてその評価においてこそ、二通りの崩壊の様態が大きな差異を生む。大量のプール水に大量の溶融デブリが落下した場合の水蒸気爆発に対する恐れは、チェルノブイリ事故の対応においても第一に考慮され、数人の命を犠牲にしてまでわざわざ下階の水抜きを行なって回避した状況であった。この場合の水蒸気爆発は免れ得ない現象であり、その採否の判定は爆発威力に対する定量的評価を踏まえた慎重なものでなければならないのだが、この点においては被告の評価も原子力規制委員会の審査も十分ではなかったと思われる。

コ「人員配置と現実の事故対応」について

たとえば被告による事故後 49 分で格納容器代替スプレー・ポンプの起動に漕ぎ着けるとの見直しについては、その実行可能性が極めて危ういものであると言わなければならない。サンディア国立研究所は、SOARCA をまとめるにあたって、ディーゼル駆動高圧ポンプによる注水開始までの必要時間をサリー原子力発電所に問い合わせをし、状況把握に 30 分を要し、それからポンプの段取りに着手し、事故の発生から 150 分(2.5 時間)後に注水開始との回答を得たという。ただし、地震後の混乱が加わる場合の時間のロスをもう 1 時間考慮し、実際の注水開始は事故の発生から 3.5 時間後と仮定している。さらに欧州においては、新設炉に対する基本要件の一つとして、このような格納容器を保護するための人的対応には、初めの 12 時間(目標 24 時間)は期待すべきでないと、2001 年に制定した EUR(European Utility Requirements)に述べている。

過酷事故における人的対応の訓練では、実際には模擬できない様々な条件(地震の揺れと轟音、火災や発煙、施設の損壊など)があり、これらについての考慮を欠いた被告の対応計画は、架空と評せざるを得ない。格納容器の健全性の維持、MCCI の回避は、いずれもそのような架空の敏速行動を前提として初めて可能なものであり、それらが失敗した場合の結末は、外部環境への放射性物質の放出量の大幅増加となる。それ故に、事故対応の成功を前提とした事故進展評価だけではなく、奏功しなかった場合についても行ない、それらの結果が防災計画として活用できるように供されるべきである。